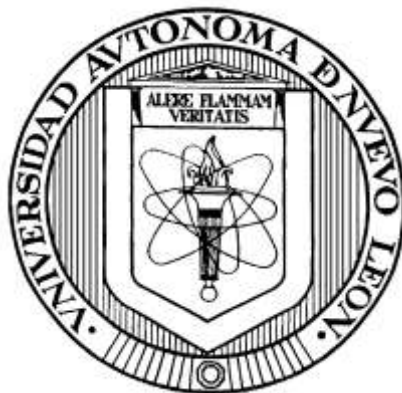


UNIVERSIDAD AUTÓNOMA DE NUEVO LEÓN

**FACULTAD DE CIENCIAS FÍSICO-MATEMÁTICAS
DIVISIÓN DE ESTUDIOS DE POSTGRADO**



**ESTUDIO SOBRE LA EVOLUCIÓN DE LA TECNOLOGÍA
DE LOS REACTORES NUCLEARES**

TESIS

**QUE COMO REQUISITO PARCIAL PARA OBTENER EL GRADO
DE MAESTRIA EN CIENCIAS CON ESPECIALIDAD EN
INGENIERIA NUCLEAR**

**PRESENTA
PABLO VILLARREAL CANTÚ**

ASESOR: DR. JOSÉ RUBÉN MORONES IBARRA

SAN NICOLÁS DE LOS GARZA, N.L.

NOVIEMBRE DE 2007

UNIVERSIDAD AUTÓNOMA DE NUEVO LEÓN
FACULTAD DE CIENCIAS FÍSICO-MATEMÁTICAS
DIVISIÓN DE ESTUDIOS DE POSTGRADO

ESTUDIO SOBRE LA EVOLUCIÓN DE LA TECNOLOGÍA
DE LOS REACTORES NUCLEARES

TESIS

Que como requisito parcial para obtener el grado
de Maestría en Ciencias con Especialidad en Ingeniería Nuclear

PRESENTA

Pablo Villarreal Cantú

ASESOR

Dr. José Rubén Morones Ibarra

San Nicolás de los Garza, N.L., noviembre de 2007

AGRADECIMIENTOS

Al maestro asesor Dr. José Rubén Morones Ibarra quien gracias a su apoyo fue posible la realización de esta tesis.

Al profesor Rubén Niño de Rivera García a quien agradezco sus oportunos estímulos que me motivaron a realizar esta tarea.

Al Ingeniero Rafael Ábrego Hinojosa Director General de la Prepa Tec Campus Santa Catarina del ITESM, por su apoyo irrestricto.

DEDICATORIA

A mi esposa Patricia quien sin su apoyo, jamás hubiera alcanzado éste logro

A Paola mi hija, por su cariño y apoyo.

ESTUDIO SOBRE LA EVOLUCIÓN DE LA TECNOLOGÍA DE LOS REACTORES NUCLEARES

Tesis presentada por Pablo Villarreal Cantú como requisito parcial para obtener el grado de maestría en Ciencias con Especialidad en Ingeniería Nuclear, aprobado por el siguiente jurado:

PRESIDENTE

DR. JOSÉ RUBÉN MORONES IBARRA

SECRETARIO:

DR. CARLOS MARTÍNEZ HERNÁNDEZ

VOCAL:

M. EN C. JESÚS GUADALUPE SUÁREZ DE LA CRUZ

CONTENIDO

Resumen	7
Introducción	8
Justificación	9
Objetivos	9
CAPITULO I	
FUNDAMENTOS	
1.1 Reactores nucleares de fisión	11
1.2 Combustible nuclear	13
1.3 Seguridad de los reactores nucleares	14
1.4 Desechos nucleares	16
CAPITULO II	
CLASES DE REACTORES NUCLEARES	
2.1 Reactores térmicos	18
2.2 Reactores de agua ligera	19
2.3 Reactores de agua pesada	20
2.4 Reactores rápidos	21
2.5 Reactores rápidos realimentados	22

2.6	Reactores de combustible líquido	23
2.7	Reactores enfriados por gas	25
CAPÍTULO III		
EVOLUCIÓN DE LOS REACTORES NUCLEARES		
3.1	Reactores de primera generación	
3.1.1	Reactores de agua en ebullición (BWR)	27
3.1.2	Reactor ruso RBMK.	30
3.2	Reactores de segunda generación	
3.2.1	Reactores de agua presurizada (PWR)	32
3.2.2	Reactor TRIGA MARK II	35
3.3	Reactores de tercera generación	
3.3.1	Reactores EPR	36
3.4	Reactores de cuarta generación	39
3.4.1	HTTR	40
Conclusiones		42
Referencias		44

RESUMEN

El presente estudio analizará la tecnología nuclear como alternativa viable para la producción de energía empleando reactores nucleares identificando la evolución que estos dispositivos han tenido desde su aparición hasta nuestros días.

Para cada uno de los sistemas investigados se identifican sus peculiaridades así como sus ventajas y desventajas.

INTRODUCCIÓN

Podemos decir que la tecnología nuclear nace como consecuencia de las investigaciones realizadas durante el proyecto Manhattan, que culminó con la construcción de la primera bomba atómica.

Después de la conclusión de la segunda guerra mundial, los ojos de los científicos atómicos en los países, tecnológica y científicamente más desarrollados, se enfocaron hacia aplicaciones menos siniestras que la guerra, en donde el objetivo principal se centró en la posibilidad de generar energía de provecho para la humanidad, teniendo como origen el átomo.

En la actualidad, los requerimientos cada vez mas elevados de energía por parte de los países, ha puesto de nueva cuenta a la tecnología nuclear en un verdadero parte aguas en dónde su participación como posible solución a la crisis energética es mas que evidente.

Conocer los fundamentos en que se basa la generación de energía nuclear, los riesgos y los beneficios que de ella se puede esperar, son aspectos cruciales que deben ser considerados clave en el momento de optar por el uso de esa tecnología.

Justificación

Los reactores nucleares representan una alternativa importante en la búsqueda de soluciones para la demanda energética de nuestro tiempo, sin embargo han sido al mismo tiempo objeto de fuertes críticas por organismos conservacionistas como Green Peace, por considerarlo peligrosos para el medio ambiente y la ecología.

Un aspecto que particularmente ha afectado la imagen del uso de los reactores nucleares, es lo relacionado con los accidentes nucleares como el de Chernóbil en Rusia o el de la Isla de las Tres Millas en los Estados Unidos.

Los accidentes antes mencionados, tienen en común que los reactores involucrados estaban dedicados en el momento del accidente, al uso civil como productores de energía eléctrica para amplios sectores de población y no tenían ningún nexo con aplicaciones científicas ni militares. Por lo tanto es importante poner de manera sensata y en claro los pros y contras de la aplicación de estos dispositivos para el beneficio humano.

Objetivo General

Valorar el uso de los reactores nucleares como fuente de energía identificando su forma de operación, componentes y aplicación de acuerdo a cada tipo, caracterizando sus propiedades más importantes.

Objetivos Específicos

- Identificar las componentes esenciales de los reactores nucleares.

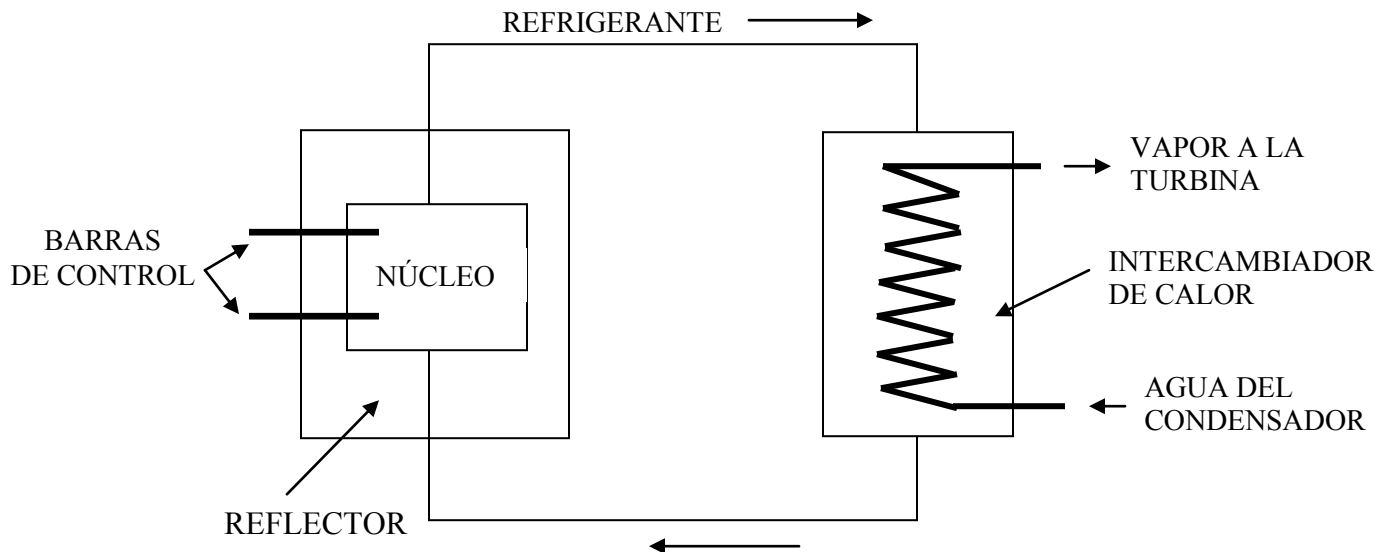
- Conocer los principios en los que se apoya la obtención de la energía a partir de los reactores nucleares,
- Conocer las propiedades de los posibles combustibles nucleares
- Identificar los diferentes tipos de reactores desarrollados por el hombre reconociendo sus particularidades y aplicaciones.
- Identificar y valorar los sistemas de seguridad mediante los cuales operan los diferentes tipos de reactores nucleares.
- Valorar las posibilidades a futuro que ofrecen los reactores de reciente creación.
- Identificar las características que identificarán a los reactores nucleares de cuarta generación en el futuro.

CAPÍTULO I

FUNDAMENTOS

1.1 Reactores nucleares de fisión

A pesar de la gran variedad de reactores nucleares de fisión que existen en la actualidad, en términos generales su funcionamiento es básicamente el mismo.



Un reactor nuclear de fisión consta de un núcleo en donde se deposita el combustible nuclear que es el que da origen a la energía resultante que se usa para calentar agua (el refrigerante) de un deposito hasta calentarla o bien convertirla en vapor, el cual fluye al exterior del núcleo calentando a su vez el agua que circula en un intercambiador de calor. El agua calentada de esta forma en el circuito secundario externo se convierte en vapor, el cual se usa para mover las aspas de un generador eléctrico para producir electricidad.

Después de esto el agua resultante se condensa para regresar de nueva cuenta al intercambiador para repetir el proceso.

El núcleo del reactor contiene el combustible nuclear el cual está constituido usualmente por un núclido fisil, esto es, un isótopo con la propiedad de ser fisionado por neutrones de cualquier energía; a este se le adiciona un material fértil que tiene la propiedad de capturar neutrones de bajas energías los cuales los excitan y al cabo de determinado tiempo mediante una cadena de desintegraciones se convierte a su vez en material fisil.

El uranio es el elemento utilizado para el proceso antes mencionado, el isótopo ${}_{92}\text{U}^{235}$ es el núclido fisil mas usado mientras que el ${}_{92}\text{U}^{238}$ se emplea con frecuencia como elemento fértil. Además debemos decir que el isótopo ${}_{92}\text{U}^{238}$ tiene la propiedad de que para determinado rango de energías de los neutrones que interactúan con el es capaz también de presentar fisión, por ello este tipo de materiales se denominan comúnmente como fisionables.

La función del moderador es, precisamente moderar la energía de los neutrones liberados durante la fisión, orillándolos a alcanzar energías térmicas, esto significa que se muevan con la energía que en términos de la temperatura correspondería a la ambiental, 20°C. Estos neutrones térmicos se identifican por moverse con una rapidez de 2200 m/s. A esta rapidez la probabilidad de captura de estos neutrones por parte de los núcleos del material fértil es máxima.

La capa reflectora tiene por función controlar el escape de neutrones del núcleo contradiersándolos, así los neutrones que de otra manera escaparían, regresan al núcleo. La adecuada operación del reflector ayuda a reducir la masa crítica del núclido fisil, entendiendo por masa crítica, la mínima masa de un núclido fisil, capaz de mantener una reacción en cadena auto-sustentada.

Las barras de control tienen como función controlar la reacción en cadena del reactor, están hechas de materiales absorbentes de neutrones como el cadmio. Si las barras se introducen al reactor su reactividad decrece y aumenta cuando se extraen.

También es posible emplear boro con el mismo fin, sin embargo su uso no es recomendable por su toxicidad.

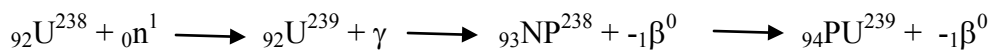
1.2 Combustible nuclear

Los reactores nucleares emplean normalmente óxido de uranio como combustible el cual es enriquecido con una proporción variada de material fisible ${}_{92}\text{U}^{235}$ aunque también es factible usar el torio 232.

El combustible se fabrica en pequeñas pastillas de alrededor de 1x1.5 cm llamadas pellets, que se introducen en tubos hechos de acero inoxidable o zirconio de 3 ó 3.5 m de largo, a este proceso se le llama cladding.

Las barras de combustible se colocan en un bastidor que se introduce en el núcleo del reactor.

Si el reactor tiene capa fértil, entonces produce su propio combustible, en el caso del ${}_{92}\text{U}^{238}$ el resultado es ${}_{94}\text{Pu}^{239}$ de acuerdo a la siguiente reacción:



Las vidas medias de los procesos de desintegración beta indicados son de aproximadamente 20 minutos el primero y 2.3 días el segundo.

De forma similar, es posible colocar en los reactores como capa fértil, Torio, acorde a la siguiente reacción:



El uranio 233 es un núclido fisil que no existe en la naturaleza.

1.3 Seguridad de los reactores nucleares

Los aspectos relacionados con la seguridad durante la fase de diseño de los reactores nucleares han mostrado mejoras significativas comparativamente con los diseños de los de la primera generación en la década de los años 50 y 60.

La seguridad de estos reactores de primera generación, ahora ya en proceso de desmantelamiento se limitó a confiar en la seguridad que podría brindar la superposición de estructuras de hormigón y acero, al incluir tres paredes sobrepuestas selladas.

Ninguna acción particular para prevenir accidentes se consideró en la mesa de diseño de estos dispositivos y sólo se confió en la protección que el blindaje podría ofrecer.

En los años 70 al aparecer los reactores de segunda generación, la seguridad avanzó hacia un enfoque determinista probabilístico dado que no todos los acontecimientos de los peores casos pueden ser previstos. Esto significa dividir las áreas en pequeñas partes y preguntarse qué pasa si cada parte falla. Esto llevo a la aplicación de sistemas de seguridad redundantes.

Hasta que ocurrió el accidente nuclear de Chernóbil, se buscó la prevención mediante el diseño de sistemas de seguridad preventivos. Con esta filosofía se considera que los sistemas deben incluir seguridad pasiva inherente. Por ejemplo, si hay algún tipo de contratiempo en dónde el calor aumente peligrosamente, los controles activos pueden entrar en juego utilizando millones de galones de agua para inundar el núcleo. Los controles pasivos eliminan la necesidad de contar con un operador de pruebas de fallos y dejan que se inunden éstos depósitos automáticamente, lo que significa sistemas de no intervención

externa, eléctricos automáticos y la utilización de la fuerza de gravedad, a estos se les llama sistemas de seguridad pasiva.

Otros sistemas pasivos pueden utilizar gas comprimido o resortes para dirigir los sistemas, sin requerir intervención humana o suministro de energía externa. Es en esta parte en donde la seguridad nuclear se vuelve contemporánea y la protección se cruza con la seguridad nacional, de manera que los sistemas pasivos se piensa que sean efectivos incluso si se presenta algún ataque militar o terrorista.

Un aspecto fundamental en cuanto a la seguridad de los reactores nucleares se refiere a la forma mediante la cual los reactores pueden auto-controlarse debido a las características de su diseño. La reactividad de un reactor es un factor que mide la eficacia de los neutrones al causar fisión de los núclidos fisiles, y depende además de otros factores, de la temperatura del núcleo. Los reactores nucleares están diseñados de manera que la reactividad del mismo disminuya cuando la temperatura aumenta. Esto no debe sorprender, ya que si la temperatura del núcleo aumenta, la densidad del medio disminuye, favoreciendo el desplazamiento de los neutrones y haciendo que se produzcan cada vez mas neutrones rápidos que serán capaces de ser capturados por núclidos de ${}_{92}\text{U}^{328}$, distrayéndolos de su objetivo principal, el ${}_{92}\text{U}^{235}$.

Por consiguiente cuando un reactor con coeficiente de reactividad negativo se calienta, automáticamente se frenará.

Algunos tipos de reactores de la primera generación fueron diseñados con coeficiente de reactividad positivo, este fue el caso de los reactores soviéticos de la clase RBMK al que pertenecía el reactor accidentado en Chernóbil.

Para concluir podemos decir, que después del accidente de Chernóbil, la atención de los diseñadores de reactores nucleares se ha centrado como nunca en la seguridad de los

sistemas así como en el manejo apropiado de los desechos tóxicos, hoy como nunca los reglamentos de seguridad son mas estrictos y cabe esperar en el futuro, que los reactores de ultima generación ofrezcan niveles de seguridad tales que dejen de ser considerados amenazantes por la opinión publica.

1.4 Desechos nucleares

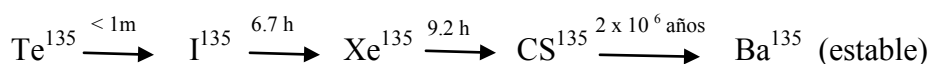
La fisión nuclear del combustible de un reactor de fisión, genera isótopos llamados productos de fisión que ya no son útiles para la operación del reactor porque obstaculizan el movimiento de los neutrones libres y que además son peligrosos para la salud. Muchos de ellos, son isótopos que no existen en la naturaleza.

Es necesario extraer periódicamente las barras de combustible usado por un reactor, para su recambio y posterior procesamiento con el objeto de aprovechar el material fisil de utilidad que aún permanezca en ellas y procesar adecuadamente los desechos finales.

Particularmente son perniciosos para la operación de un reactor nuclear, aquellos isótopos que tengan una sección eficaz de captura neutrónica elevada. A estos elementos se les denomina “venenos del reactor”.

El xenón-135 es uno de los venenos mas importantes, debido a su sección eficaz de captura para neutrones térmicos de 2.37×10^6 barn que es excepcionalmente alta si la comparamos con el uranio 238 que es de sólo 0.367 barn.

El xenón se produce como resultado de la desintegración según la siguiente secuencia:



La presencia del Xenón en el núcleo de un reactor, impide la eficaz propagación de la reacción en cadena debido a la pérdida de neutrones libres por captura, sin embargo, su efecto es controlado mediante un adecuado ajuste al flujo neutrónico. Así el reactor operará

adecuadamente mientras se mantenga a un nivel de actividad que asegure la continuidad del proceso, además de suplir los neutrones necesarios para satisfacer la absorción del xenón.

El isótopo se genera como producto directamente de la fisión, en proporción pequeña, (alrededor de 0.2 %) siendo su fuente principal la desintegración radioactiva del Teluro-135 y el yodo-135 que se producen en un 6.1 % de las fisiones producidas con el uranio-135.

La concentración del xenón-135 en el reactor será resultado entonces de considerar el ritmo al cual se llevan a cabo los siguientes efectos:

- Decaimiento del xenón-135
- Capturas neutrónicas por el xenón-135
- Generación del xenón-135 por decaimiento del Yodo (omitiendo la presencia del telurio por su baja vida media)

Mientras el reactor está en operación, es posible mantener estable el flujo neutrónico para que la compensación entre los diferentes efectos mencionados alcance el equilibrio.

Sin embargo, cuando un reactor se apaga, sobre todo cuando se trata de una parada de emergencia (scram) el flujo neutrónico cesa por completo, y de esta manera la concentración del xenón-135 se incrementa rápidamente debido a que el proceso de formación de ese isótopo continúa por la desintegración del yodo-135 presente. De esta forma una vez apagado el reactor, será necesario esperar varios días para que la concentración del xenón-135 disminuya a niveles que permitan su encendido, ya que la vida media del xenón-135 es de 9.2 horas.

CAPÍTULO II

CLASES DE REACTORES NUCLEARES

2.1 Reactores térmicos

Dentro de un reactor nuclear, se llevan a cabo dos tipos de reacción entre los neutrones libres y los núclidos del combustible y los de la especie fértil, la fisión con los primeros y la captura con los segundos. Los núclidos que se utilizan como combustible de un reactor son solamente de tres tipos, el Uranio-235, el Plutonio-239 y el uranio-233, estos elementos se denominan fisiles debido a que muestran fisión para los encuentros con neutrones de cualquier energía, en cambio en el caso de los materiales fértiles la captura se produce con mayor posibilidad a determinadas energías. Se puede demostrar experimentalmente que la sección eficaz de captura que se relaciona con el número de ocurrencias de esa clase de interacción por unidad de volumen, tiene valores grandes llamadas “resonancias” para velocidades de los neutrones que corresponden a la energía dada por la temperatura de su medio ambiente, esto es los neutrones térmicos con una velocidad de 2200 m/s.

Los reactores térmicos, por lo tanto son aquellos en dónde su moderador tiene la función de reducir la energía de los neutrones emitidos durante la fisión del combustible a la región térmica antes definida, lo que corresponde a una energía de 0.025 eV, para que sean capturados eficazmente por los núcleos de la capa fértil.

Cuando el reactor tiene abundante moderador, la energía de los neutrones cae rápidamente de manera que el proceso de fisión esta más limitado según el grado de enriquecimiento del uranio 238 con el correspondiente 235.

Por supuesto, en comparación con los reactores rápidos que carecen de moderador los térmicos son más grandes, lo cual puede ser una ventaja o desventaja, según sea el caso.

El mayor volumen le permite al reactor térmico contener mejor el calor y distribuirlo, sin embargo, el tamaño del reactor puede ser un factor importante, si se usa el reactor por ejemplo, para la propulsión de naves. En tal caso el reactor rápido sería más conveniente.

2.2 Reactores de agua ligera (LWR)

Esta categoría agrupa a los reactores que utilizan agua ligera como refrigerante y moderador, a esta clase pertenecen los de uso mas difundido, que son los reactores de agua en ebullición BWR y los PWR reactores de agua a presión.

El uso de agua común tiene como aspectos distintivos que por un lado el costo de operación por moderador y refrigerante es ínfimo, sin embargo debido a que la sección eficaz de captura neutrónica del agua es muy alta, se necesita emplear uranio enriquecido lo que encarece notablemente su operación.

El uranio 235 que es el material fisil mas usual, se encuentra en el uranio natural en proporción menor al 0.7 %, de forma que para que un reactor con agua ligera sea operativo se requerirá elevar tal proporción hasta un 5% por lo menos.

Otro inconveniente del uso del agua ligera, es la generación de Nitrógeno-16 que es un isótopo radioactivo el cual se produce mediante la reacción (n,p) con los núcleos de ${}^8\text{O}^{16}$, los neutrones interactúan con el núcleo del oxígeno expulsando un protón, disminuyendo su número atómico en 1 convirtiéndolo en ${}^7\text{N}^{16}$, este gas se acumula en los circuitos refrigerantes y deberá ser extraído periódicamente.

Particularmente en el caso de los reactores de alberca (cuya función es la investigación científica y la producción de isótopos para fines médicos), la presencia del nitrógeno-16 debe ser considerada ya que mediante la convección, éste gas radioactivo puede escapar a la sala de control del reactor. Sin embargo dada su pequeña vida media de sólo 7 segundos,

el problema se resuelve instalando bombas que forcen la circulación del agua de la piscina a la parte mas profunda en contra de la convección natural.

Un ejemplo de reactor de alberca se encuentra en las instalaciones del Instituto Nacional de Investigaciones Nucleares (I.N.I.N) en el estado de México. Esta clase de reactores tienen el sistema que encierra el envase del reactor que contiene su núcleo, dentro de la piscina, la cual mide alrededor de 7 metros de profundidad, la función que cumple el agua de esta piscina es la de servir como refrigerante adicional al reactor así como hacer la función de blindaje atenuador de los rayos gamma emitidos.

Por supuesto, este procedimiento sólo es eficaz para reactores de pequeña potencia cuya potencia es del orden de 1 MW o 2 MW.

Para reactores de potencia de uso comercial en donde los rango de potencia alcanzan hasta 2000 MW el calor liberado es tan intenso, que no es posible contenerlo dentro de un sistema de piscina y menos aún evitar la intensa convección producida.

2.3 Reactores de agua pesada.

Esta clase de reactores usan agua pesada en lugar de agua ordinaria

El agua pesada llamada también óxido de deuterio, existe en la naturaleza en baja proporción, se le puede encontrar en el agua dulce en proporción de entre 0.013% a 0.0162 % dependiendo del lugar.

El agua pesada es muy útil como moderador neutrónico y como refrigerante ya que conserva las mismas propiedades químicas del agua, esto es un alto calor específico, pero a diferencia del agua ligera tiene muy baja sección eficaz de captura neutrónica de tal manera que no se requiere del uso de uranio enriquecido para la operación del reactor, pudiendo operar con uranio natural con un contenido del 0.7% de U-235. Al mismo tiempo se ahorra

en espacio dado que el núcleo puede reducirse notablemente en tamaño por la reducción de las pérdidas neutrónicas por captura en el refrigerante.

La parte negativa del uso de este tipo de reactores radica en el alto costo del agua pesada.

Un ejemplo de reactor de agua pesada es el modelo CANDU Canada Deuterium Uranium (Canadá Deuterio Uranio) de los cuales hay en funcionamiento 34 en la actualidad.

2.4 Reactores rápidos

Usualmente la clasificación de los reactores nucleares se da en términos de la energía que los neutrones liberados poseen.

Los neutrones producidos por fisión nuclear, tienen de inicio energías elevadas, por lo que los reactores rápidos que desean conservar la alta energía de estos neutrones, carecen de moderador y los materiales como el reflector contienen algún elemento con número másico elevado o medio ya que los materiales con número másico bajo frenarían a los neutrones.

Cuando al reactor rápido se le coloca alguna especie fértil, la conversión en material fisil será rápida. Es usual que en éste tipo de reactores, dado el elevado número de neutrones de alta energía liberados, se produzcan más núclidos fisiles que los consumidos, a estos reactores se le llama también elevadores.

En todo tipo de reactor, si el material fisil producido es igual al usado en el combustible entonces se les denomina *reproductores*, en caso contrario se les llama *convertidores*.

Los reactores rápidos usualmente utilizan sodio líquido como refrigerante y producen mayores volúmenes de energía que los térmicos. La razón de esta característica radica en el hecho de que a energías elevadas, los materiales fisionables como el ${}_{92}\text{U}^{238}$ se fisiona por lo que el ritmo de fisiones crece notablemente,

Este tipo de reactor encuentra aplicación en la propulsión de naves marinas y como reactor de potencia cuándo la disponibilidad de elementos fisiles es limitada.

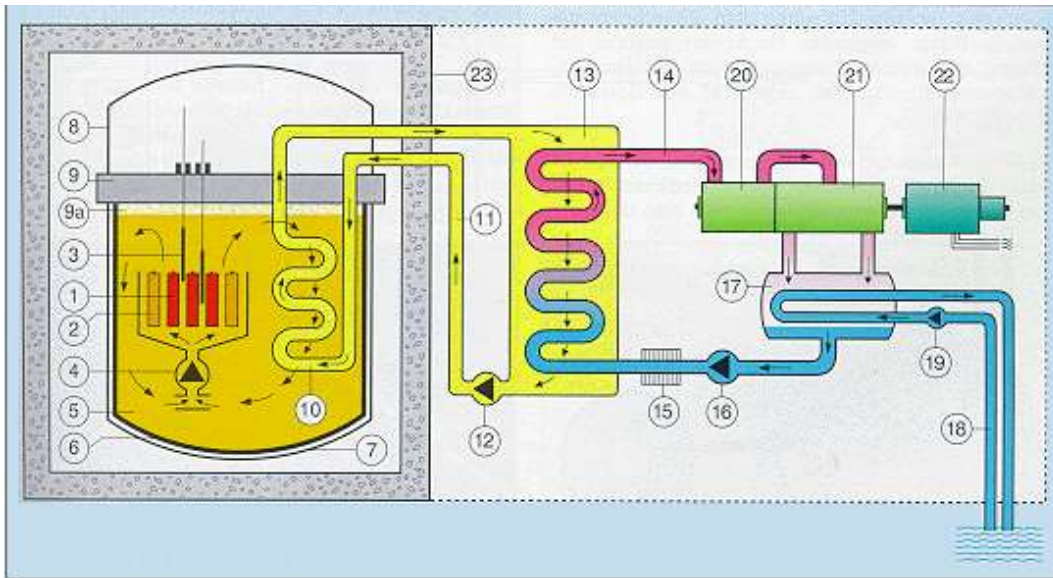
2.5 Reactores rápidos realimentados

Esta clase de reactores, Fast Breeder Reactors ó FBR 's operan mediante el uso de neutrones rápidos, esto significa que carecen de moderador y la idea es que por la alta energía de los neutrones se produzca fisión nuclear, no solamente con los núcleos de Plutonio su combustible central y que son capaces de mostrar fisión para todos los rangos de energía, sino también aunque en menor cuantía con los núcleos del U-238 que como material fisionable se fisiona solamente cuando sus átomos sufren colisiones con neutrones de alta energía.

La principal ventaja de estos reactores es que aunque la capacidad de fisión para los neutrones rápidos es menos eficiente (porque que la sección eficaz de fisión es inversamente proporcional a la velocidad de los neutrones), para el caso del plutonio la producción de neutrones de fisión es 25 % superior a la del uranio-235, garantizándose de esta forma la continuidad del proceso, manteniendo un tamaño relativamente reducido.

Por lo tanto, no solamente se cuenta con los neutrones suficientes para mantener el reactor en operación crítica sino que además se provee la cantidad de neutrones necesaria para interactuar con la capa fértil de U-238.

Los reactores FBR, emplean sodio líquido como refrigerante debido a sus excelentes propiedades físicas, buena conducción del calor, punto de ebullición alto y escasa absorción neutrónica, operan usualmente en el rango de 500 a 550 °C y en la actualidad existen 21 en operación en el mundo.



1 Combustible (material fisil)	9 Cubierta	17 Condensador
2 Combustible(material fértil)	10 Intercambiador de calor	18 Enfriador de agua
3 Barras de control	11 Na secundario	19 Bomba de agua fría
4 Bomba Primaria de Na	12 Bomba de Na secundaria	20 Turbina de alta presión
5 Refrigerante primario de Na	13 Generador de vapor	21 Turbina de baja presión
6 Vasija del reactor	14 Vapor limpio	22 Generador
7 Cubierta de protección	15 Alimentador de agua	23 Edificio del reactor
8 Cubierta del reactor	16 Bomba de agua	

2.6 LMFR (Liquid-Metal Fuel reactor) Reactores de combustible líquido.

Los reactores de combustible líquido ofrecen la posibilidad de reducir los costos del procesamiento del combustible, ya que no requieren de los procesos metalúrgicos que exigen los que utilizan combustibles sólidos. Así mismo también carecen del problema del llamado “grado de quemado” que es el efecto de la irradiación que altera las dimensiones de las distribuciones de combustible en los sólidos. Además de lo anterior, esta clase de reactores se caracteriza por ofrecer excelente estabilidad y de tener propiedades que favorecen la

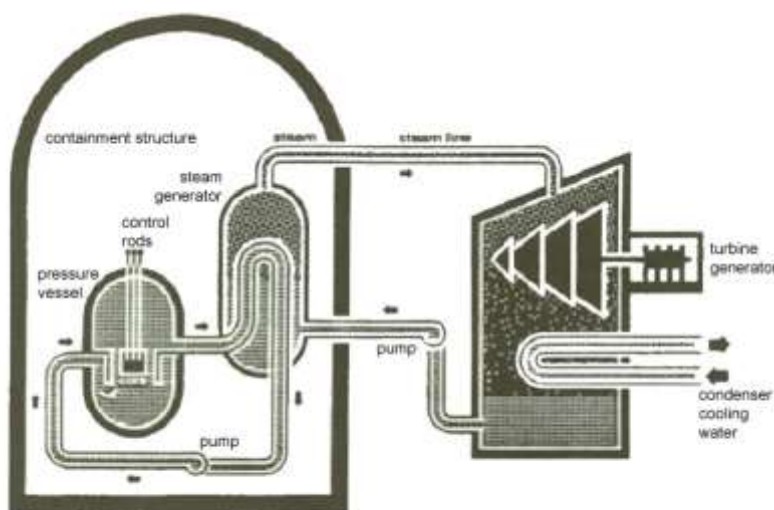
seguridad de su operación. El combustible de esta clase de reactores se constituye con soluciones acuosas, por ejemplo en el llamado “Reactor Homogéneo Acuoso”, se utiliza una disolución de agua ordinaria con una sal de uranio enriquecido.

Ejemplo de esta clase de reactores fueron los “Water Boiler” desarrollados en Los Álamos durante 1944, que se destinaron a la investigación. Mas adelante en 1950 se desarrollaron en Oak Ridge los reactores tipo HER-1 cuya función fue la producción de Uranio-133.

Varios diseños aparecieron en ese tiempo respecto a la tecnología de los reactores de disolución de Uranio, sin embargo un problema importante que tuvieron que sortear con dudoso éxito fue el efecto corrosivo que la disolución tiene sobre las componentes del reactor.

Una variante de esta clase de reactor es el que opera mediante el uso de sales fundidas. Utiliza sustancias como el fluoruro de berilio, o fluoruro sódico mezclado con tetra fluoruro de uranio.

Como inconveniente podemos decir que, dado el intenso calor que libran por su intensa actividad, exigen de un segundo circuito de enfriamiento.



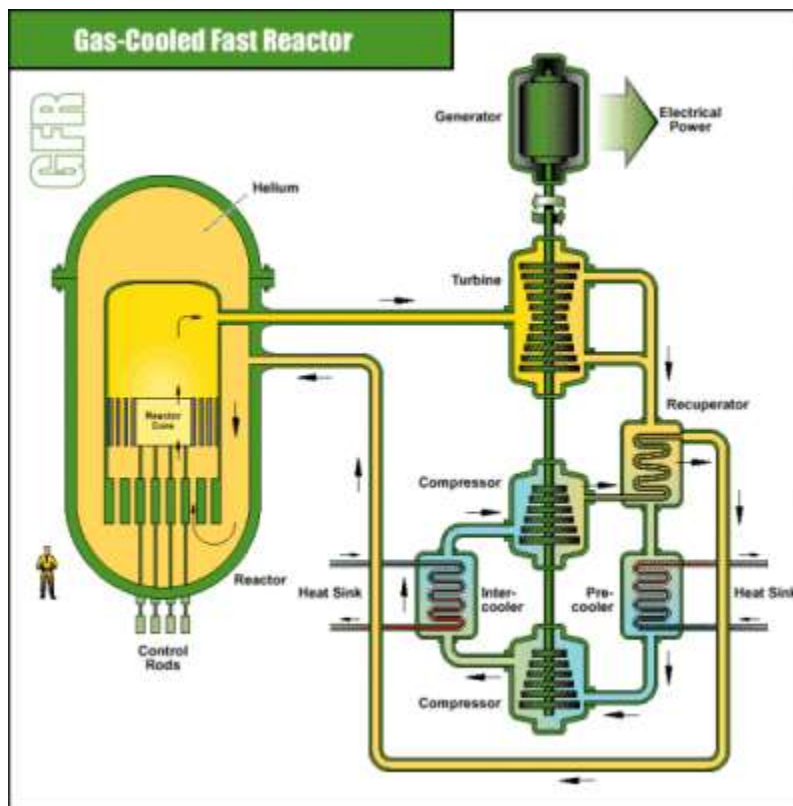
Liquid metal fast breeder reactor (LMFBR)

2.7 HTGR Reactores enfriados por gas.

Los reactores HTGR, High Temperature Gas Cooled Reactor ó Reactor de Alta Temperatura Refrigerado por Gas, utilizan una mezcla de torio y uranio como combustible. Como refrigerante usan Helio y como moderador grafito.

A diferencia del combustible LWR y LMFB, el combustible HTGR no está contenido en varillas de combustible revestidas de metal, sino en partículas de combustible. Estas partículas miden entre 0,2 y 0,6 mm y consisten en una mezcla de óxido o carburo de uranio o torio o uranio/torio. A fin de retener los productos de fisión, cada partícula está revestida con varias capas de material cerámico resistente a altas temperaturas. Las partículas se dispersan de manera homogénea en una matriz de grafito que se comprime ulteriormente en elementos esféricos, bolas, o en forma de barras, que se introducen en los canales de combustible de un bloque de grafito de agujeros múltiples. Las partículas permanecen intactas y retienen prácticamente todos los productos de fisión hasta una temperatura de unos 1600 C. Estas partículas no se funden a una temperatura umbral y sólo fallan gradualmente en condiciones de accidente; por lo tanto, no se puede producir una liberación súbita de los productos de fisión.

Reactor refrigerado por gas



Existen varias versiones de este tipo de reactor; no obstante, en la versión comercial el refrigerante es helio, el cual circula de arriba hacia abajo en el núcleo del reactor. Este diseño es de ciclo indirecto, ya que el gas no mueve directamente a las turbinas, sino que pasa a un generador de vapor. El combustible es uranio enriquecido y el contenedor es de concreto no requiriendo una vasija de presión.

En la actualidad hay 31 reactores HTGR en operación en el mundo.

CAPÍTULO III

EVOLUCIÓN DE LOS REACTORES NUCLEARES

3.1 REACTORES DE PRIMERA GENERACIÓN

3.1.1 Reactores de agua en ebullición (BWR)

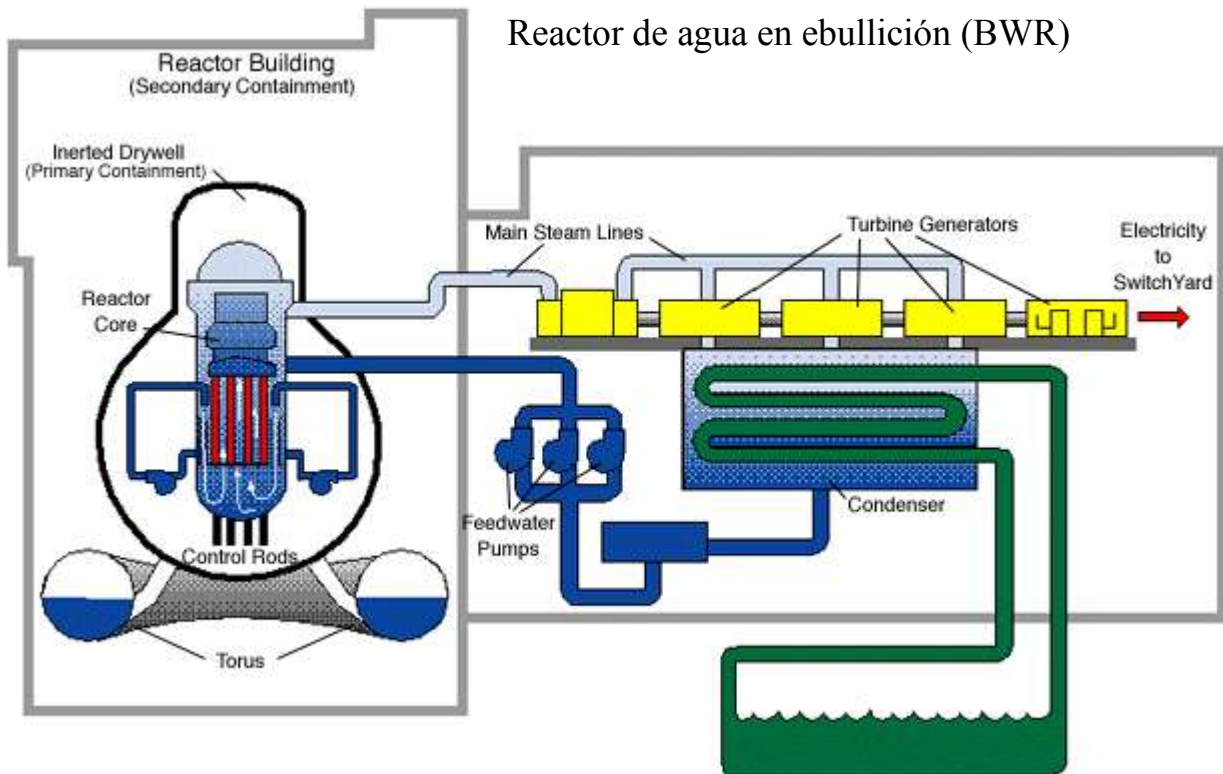
El primer reactor nuclear fue diseñado por Enrico Fermi y fue construido bajo las gradas de un viejo estadio en la Universidad de Chicago. En lugar de varillas, este usaba bolas cilíndricas de uranio, y estas fueron encapsuladas en una gran "pila" de ladrillos de carbón puro, el moderador. Logró una reacción en cadena auto sustentada el 2 de Diciembre de 1942, y el nombre "pila atómica" para los reactores nucleares permaneció en uso durante aproximadamente una década más.

El objetivo de éste y otros reactores del mismo tipo que usaban grafito como moderador fue el de producir plutonio para la fabricación de armas atómicas.

Los reactores de la Primera Generación para fines no armamentistas fueron desarrollados entre 1950 y 1960 y pocos de ellos están aún en funcionamiento, fueron creados como reactores de potencia y se caracterizaron por usar agua en ebullición (BWR) como moderador y refrigerante, aunque algunos utilizaron aun el grafito.

La armazón de combustible de un BWR típico esta formada por entre 90 y 100 barras de combustible, y existen hasta 750 armazones en el reactor con unas 140 toneladas de uranio.

Reactor de agua en ebullición (BWR)



El núcleo de este tipo de reactores es relativamente grande dado que requieren de una gran cantidad de espacio para prevenir las pérdidas neutrónicas por escape y captura en el medio moderador. El combustible empleado es Uranio enriquecido, la principal razón de ello es que al usar agua natural como moderador, su alta sección eficaz de captura neutrónica exige compensar los neutrones perdidos por esa vía, aumentando la presencia de U-235 fisil en el medio combustible. La seguridad de este tipo de reactores se basó exclusivamente en la protección que ofrecía el blindaje que rodeaba al núcleo del reactor y los sistemas de seguridad de apagado de emergencia consisten en la introducción rápida de las barras de control de cadmio o boro. Además se cuenta con un sistema de enfriamiento de emergencia llamado Torus o alberca de supresión cuya función es hacer circular agua por los ductos que rodean al núcleo del reactor con objeto de enfriarlo en el caso de que la temperatura se eleve demasiado.

Otra característica de estos reactores es la obligada posición inferior de las barras de control las cuales deben operarse mediante sistemas hidráulicos para hacerlas ascender.

Algunos reactores de esta clase, fueron los de la clase Magnox, reactores británicos que utilizaban Magnesio y aluminio inoxidable (de ahí el nombre) ese material tiene la particularidad de ofrecer una muy baja sección eficaz de captura neutrónica lo cual lo hace excelente como aleación con el uranio usado como combustible. Su uso fue dedicado a la producción de plutonio para la fabricación de armas nucleares, el mas célebre de ellos fue el denominado Calder Hall inaugurado el 17 de octubre de 1956.

Aunque obsoletas, en 2005 aún continúan en operación 4 plantas Magnox cuyo cierre se tiene contemplado para el año 2010. Otro tipo de reactor que corresponde a los de primera generación es el modelo Soviético del cual un ejemplo es el de Chernóbil, causante del accidente nuclear más impactante de la historia de la ingeniería nuclear.

Una ventaja de los reactores BWR es que no requieren de ningún sistema adicional para transmitir la potencia al exterior debido a que el vapor formado se puede utilizar directamente para accionar las aspas de los generadores. Por supuesto esto implica el riesgo de accidente por contaminación debido a que el vapor contiene isótopos radioactivos de peligrosidad como el Nitrógeno 16.

Para modelos de propulsión de naves, se a logrado reducir el tamaño de los reactores mediante al aumento en el enriquecimiento del combustible usado. En estas aplicaciones, el vapor creado por el reactor se usa directamente para accionar las propelas de las naves

3.1.2 Reactor ruso RBMK. (Reactor Bolshoy Moshchnosty Kanalny)

Esta clase de reactores son de diseño ruso, con características propias a la tecnología de la URSS de los años 50. Su nombre puede traducirse como Reactor de Canales de Alta Potencia. Este tipo de reactor fue creado con fines armamentistas y su objetivo fue el crear plutonio en grandes cantidades para la fabricación de armas nucleares.

Precisamente debido a la necesidad de disponer de inmediato del plutonio producido, es que fue diseñado para ser recargado de combustible sin detenerlo, razón que explica sus inmensas dimensiones, de casi 70 m de altura en el edificio del reactor, para albergar en la parte superior el complejo sistema de maquinas requerida para la recarga de combustible.

El RBMK funciona usando uranio enriquecido como combustible, agua ligera como refrigerante y grafito como moderador.

Como subproducto de la operación del reactor se produce electricidad y dada la enorme potencia de operación, alrededor de 3000 MW de potencia térmica es capaz de alimentar sin gran problema extensos territorios.

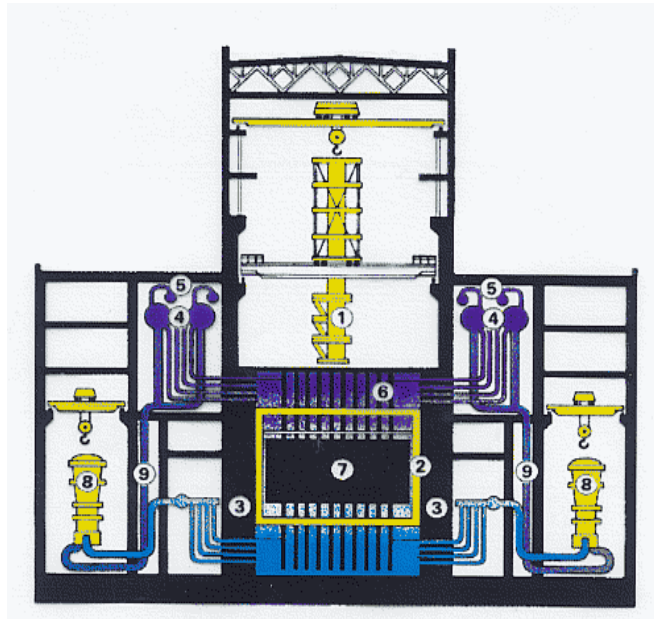
Los reactores de la *Central eléctrica nuclear memorial V.I. Lenin* en Chernóbil son de la clase RBMK - 1000, los cuatro reactores en conjunto aportarían cerca de 9,000 MWT.

El reactor recibe el nombre de reactor de canales de alta potencia debido a los 1700 canales de 7m de largo que contienen en su mayoría combustible y que atraviesan el moderador de grafito, manteniendo una temperatura de 300°C. El grafito usado como moderador tiene el inconveniente de ser inflamable a temperaturas elevadas, de manera que como seguridad es necesario mantener la sección del moderador del reactor en un ambiente libre de oxígeno, lo cual se logra mediante la aplicación de gases inertes.

El combustible es a base de dióxido de uranio distribuido en más de 1000 barras de combustible poco enriquecido (2% de U-235) y las 180 barras de control están hechas a

base de boro recubierto de acero inoxidable. Estos reactores, tienen la característica de tener un coeficiente de reactividad con la temperatura positivo. Esto significa que cuando la temperatura se eleva, la generación de neutrones emitidos aumenta en lugar de disminuir. Por ello para mantener al reactor en estado crítico, es necesario mantener siempre insertadas 80 de la barras de control. Otra desventaja de los reactores RMBK es su inestabilidad cuando operan a baja potencia, 200 MW se considera el mínimo seguro antes de que automáticamente se activen los sistemas de seguridad que inundarían el núcleo con una mezcla de agua con boro y el disparo de los sistemas que insertan totalmente las 180 barras de control. Incluso debe mencionarse que los sistemas de inserción de las barras para este modelo de reactor son bastante retardados comparativamente con los sistemas más modernos, casi 20 segundos comparados con los 2 segundos típicos de un reactor actual. En el año 2001 había 14 de este tipo de reactores en operación, y se planea próximamente poner en operación dos mas.

Reactor RMBK – 1000



- | | |
|-----------------------------------|--|
| 1) Grúa de recarga de combustible | 6) Canales de recarga de combustible |
| 2) Vasija de acero del reactor | 7) Núcleo |
| 3) Paredes de hormigón | 8) Bombas de refrigeración principales |
| 4) Separador agua/vapor | 9) Tuberías de agua de refrigeración |
| 5) Tuberías de Vapor | |

3.2 REACTORES NUCLEARES DE SEGUNDA GENERACIÓN

3.2.1 Reactores de agua presurizada (PWR)

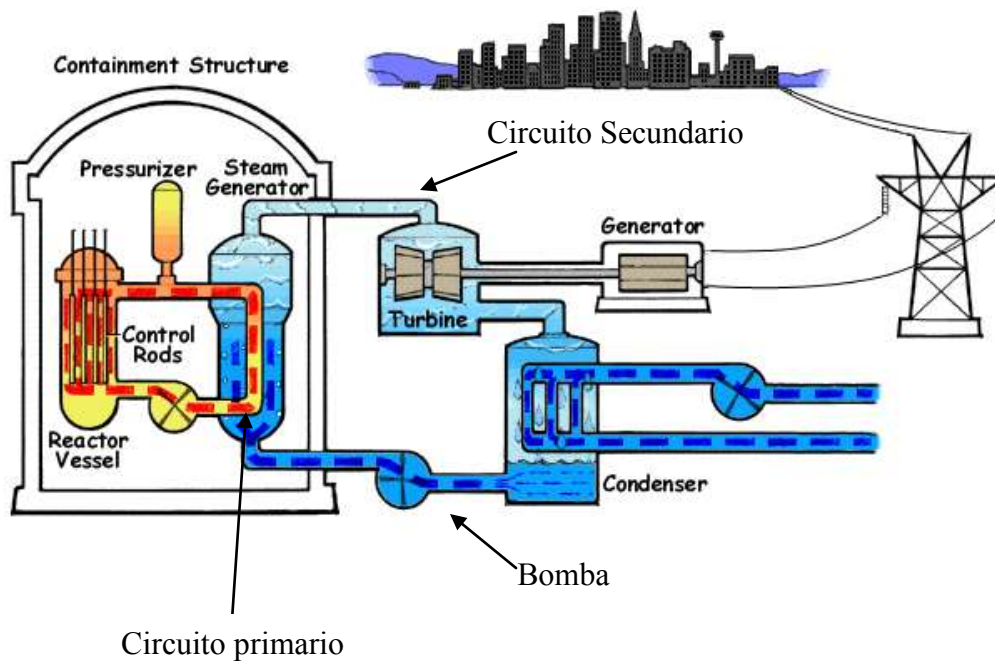
Los reactores nucleares de la segunda generación aparecieron en la década de 1970 y son los que a la fecha continúan operando actualmente, hay cerca de 230 en operación en el año 2004.

La potencia nominal de esta clase de reactores es de entre 900 a 1500 MW.

Los reactores PWR, emplean fundamentalmente los mismos elementos que sus predecesores, pero el agua que usan para la moderación y la refrigeración se mantiene a alta presión de entre 2000 a 2500 psi, de manera que se eleva notablemente el punto de ebullición, obligándola a permanecer en estado líquido a pesar de mantener temperaturas del orden de los 300°C.

Los PWR ofrecen varias ventajas con respecto a los BWR. En principio la eficiencia en la transferencia de energía es muy superior debido a las elevadas temperaturas con las que opera, de esta forma el agua empleada como moderador y refrigerante conduce mayores cantidades de calor desde el circuito de refrigeración primario hacia el secundario, el cual esta aislado del primero. Se hace pasar el agua en el circuito primario, mediante una tubería de alta presión y temperatura dentro de un tanque por donde circula el agua del circuito secundario que será vaporizada por el intenso calor. De esta forma el vapor libre de contaminación radioactiva se puede usar con seguridad para impulsar las aspas del generador de energía eléctrica pasando luego a un sistema de condensación en dónde volverá el vapor a su estado líquido original para volver a iniciar el ciclo. El agua se mantiene a alta presión por efecto de la contención de la vasija del reactor, así como de efecto de un presurizador conectado al circuito primario.

Reactor de agua presurizada (PWR)



Otra diferencia importante respecto a los reactores BWR, es respecto a la posición de las barras de control, las cuales se disponen en la parte superior, lo cual permite añadir un elemento más de seguridad al reactor ya que en caso de una falla de electricidad, estas podrían caer por gravedad sin recurrir a la intervención humana. A esto se le llama seguridad pasiva. Respecto a la seguridad, este reactor está dotado de sistemas de enfriamiento de emergencia automatizados para el caso de que el reactor sufriera un incremento inusitado de reactividad. Este consiste en un dispositivo que es capaz de inyectar grandes volúmenes de agua adicionada con Boro, el cual es un absorbente neutrónico poderoso, de esta forma la actividad del reactor es prácticamente detenida. Con respecto a los sistemas pasivos de seguridad, también debemos de considerar la que se relaciona con la seguridad intrínseca del propio reactor.

Los reactores nucleares modernos se diseñan cumpliendo normas que obligan a que por su geometría y materiales deben garantizar que el reactor, por naturaleza y sin mediar

intervención humana alguna sean auto – controlables. Esto se logra mediante lo que se llama reactividad negativa. La idea es que cuando la temperatura de un reactor aumenta más allá de los rangos de seguridad, la vibración de los átomos del material fértil como el U-238 eleve su sección eficaz de captura neutrónica, dado que al cubrir un mayor espacio en menos tiempo, la probabilidad de interacción con los neutrones crece, a esto se le llama Efecto Doppler nuclear.

3.2.2 El Reactor TRIGA MARK II

Diagrama en corte de las instalaciones de la planta Laguna Verde, Veracruz

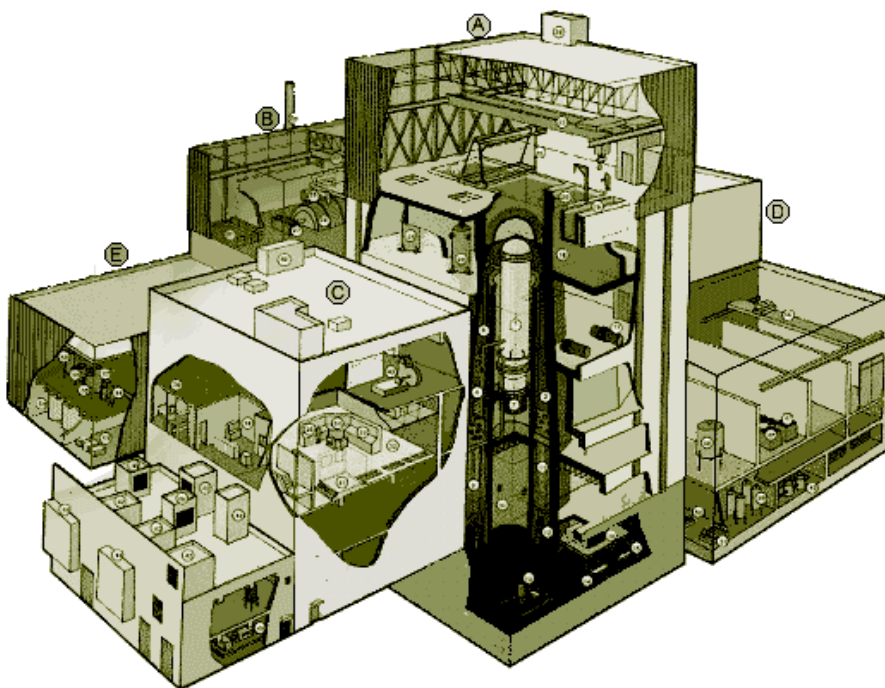
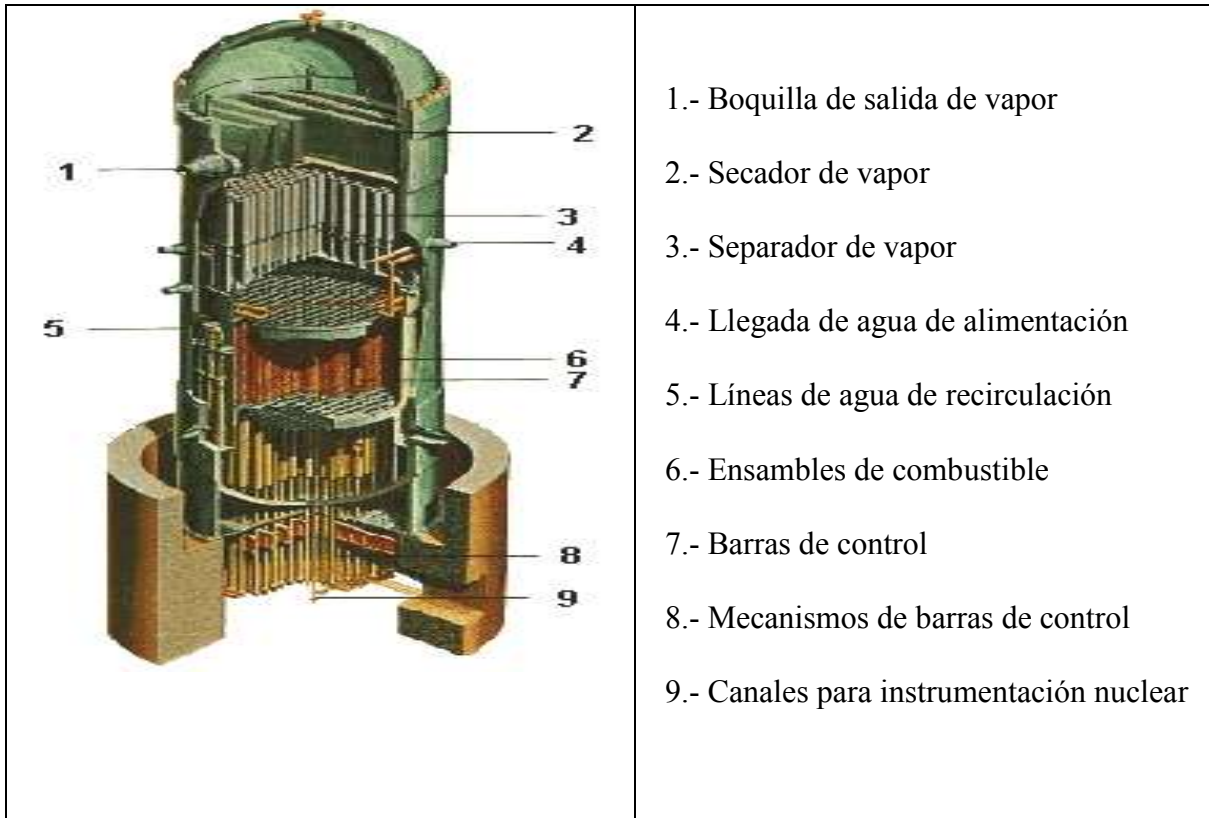


Diagrama en corte del reactor Triga Mark II

Laguna Verde, Veracruz



3.3 REACTORES NUCLEARES DE TERCERA GENERACIÓN

3.3.1 Reactores EPR (European Pressurized Water Reactor)

Los reactores de tercera generación EPR, reactores a base de agua presurizada, son los más avanzados en la actualidad y empiezan apenas a ser construidos. Actualmente solo hay dos en funcionamiento en Japón. Operan con una potencia nominal de 1600 MW y ofrecen una reducción importante en la generación de desechos contaminantes.

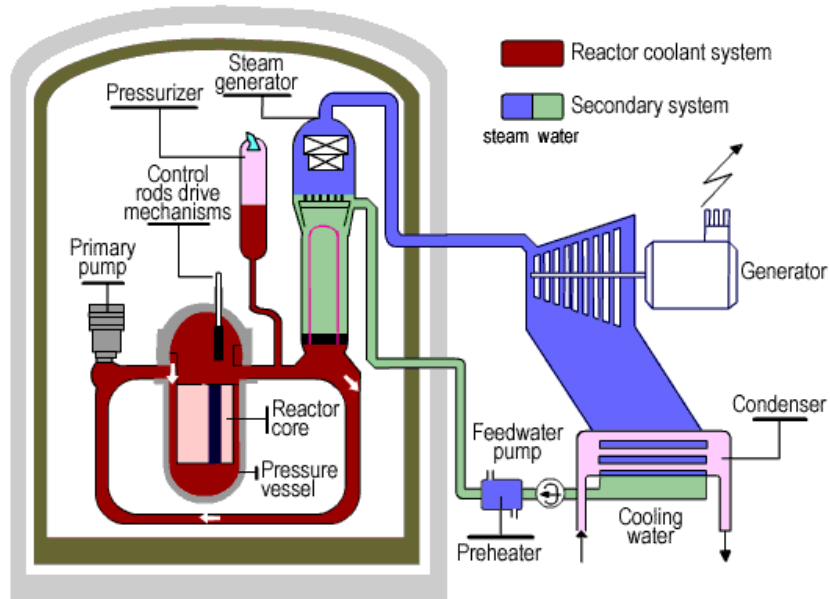
Las centrales nucleares de tercera generación, del tipo del EPR, incorporan mejoras en la seguridad y la economía de la energía obtenida, y formará parte de las nuevas instalaciones de los próximos veinte años. Actualmente se encuentra en construcción una planta de la clase EPR en la ciudad francesa de Normandía.

El proyecto esta bajo la responsabilidad del consorcio franco alemán Framatome ANP, y su construcción la realiza la empresa AREVA NP.

Entre las ventajas mas importantes que ofrecen los reactores EPR destacan las siguientes.

- Cuatro sistemas de seguridad para suministrar enfriamiento de emergencia capaz cada uno de ellos, de realizar el proceso completo de seguridad independientemente de los demás.
- Sistemas blindados a prueba de accidentes graves incluyendo incendios a gran escala y choque de aviones.
- Contenedor del núcleo del reactor de alta resistencia, preparado para soportar presiones extremas, incluyendo la posibilidad de que ocurra la fusión del núcleo.
- Capacidad de contención de líquidos contaminados procedentes de posibles fugas o fracturas en contenedores protegidos para su enfriamiento.
- Optimización del uso del agua empleada para refrigeración
- 17 % de ahorro en el consumo de uranio por MW.
- 14 % de aumento en la eficiencia de generación de energía eléctrica respecto a las tecnologías existentes.
- Flexibilidad en el uso de combustibles, Uranio, Plutonio o MOX (mezclas OU2 - PU2)

EPR (European Pressurized Water Reactor)



Vista en corte de una planta EPR



3.4 REACTORES NUCLEARES DE CUARTA GENERACIÓN.

Los reactores nucleares avanzados llamados de cuarta generación (GIV), aun están en la mesa de diseño y se espera sean construidos cerca de 2020. Estos reactores operarán a muy alta temperatura, alrededor de 900 °C en comparación con los 300°C que operan los reactores nucleares actuales, y algunos ya están en construcción como prototipos, y funcionarán como instalaciones experimentales en una primera etapa.

Las ventajas que ofrecerán esta generación de reactores son:

- Los sistemas pasivos de enfriamiento serán su principal característica de diseño, disminuyendo costos de construcción y operación.
- La reducción (en un factor de 100) de la probabilidad de que ocurran accidentes similares a los de Chernóbil o Isla de Tres Millas.
- Disminución de tiempos y costos de construcción a la mitad de su valor actual, gracias a que se usarán diseños estándar.
- Menor costo de licenciamiento, es decir, de aprobación para construcción y operación, ya que éste se realizará a partir de un diseño estándar, como construcción en serie.

En el año 2004, científicos del Laboratorio Nacional de Idaho de los Estados Unidos, especializados en investigación sobre el medio ambiente, dieron a conocer un método para generar hidrógeno por electrólisis de agua, empleando vapor a muy alta temperatura, el cual puede aumentar la tasa de conversión en comparación con la que se obtiene por medio de la electrólisis convencional. Este proceso es caro por el alto consumo de energía requerido para alcanzar elevadas temperaturas, sin embargo, puede ser rentable si se considera como un subproducto de un reactor nuclear avanzado.

El uso del vapor a muy alta temperatura, generado por un reactor nuclear avanzado, para producir hidrógeno en paralelo con la generación de energía eléctrica, es una de las posibilidades que esta clase de reactores prometen a futuro, además de la prácticamente nula emisión de dióxido de carbono lo cual tiene ventajas evidentes con respecto al método tradicional de gasificación mediante el uso de combustibles fósiles.

3.4.1 HTTR High-Temperature Engineering Test Reactor (Reactor de prueba de alta temperatura)

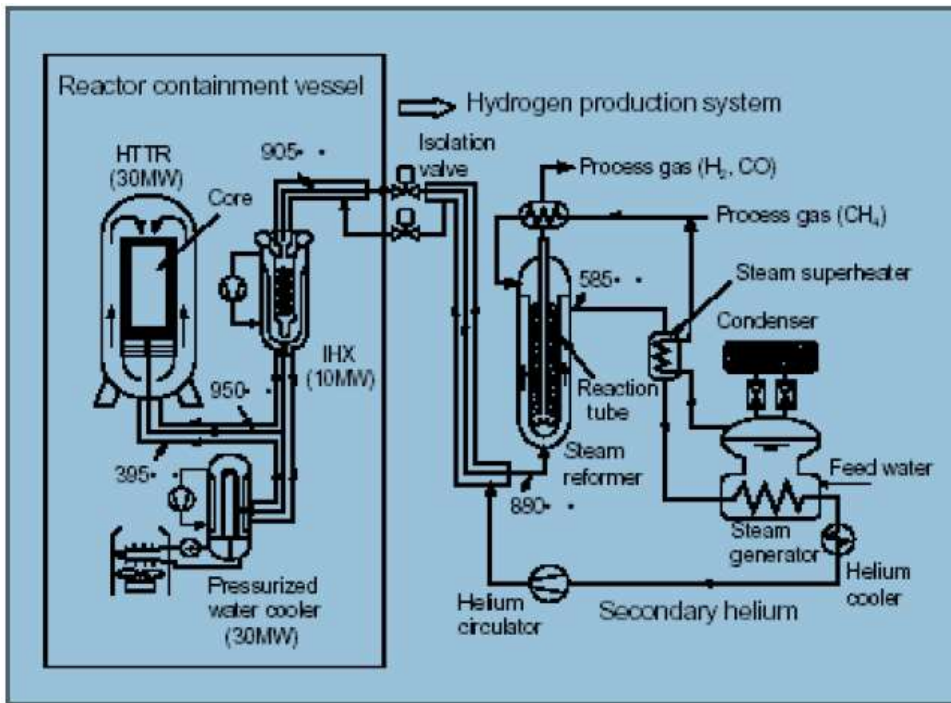
Entre los modelos de avanzada del tipo HTTR aun en diseño, destacan los que en la actualidad se encuentran en desarrollo por el Instituto de Investigación de Energía Atómica de Japón, quienes han desarrollado una tecnología de reactor acoplado con un proceso químico para producir hidrógeno a partir de un reactor de prueba.

El reactor que es refrigerado por helio y que opera a baja potencia, a temperatura de salida del refrigerante de 927 °C , estará en funcionamiento en el año 2008.

Su objetivo será, como ya se mencionó antes, el producir hidrógeno en grandes volúmenes, como alternativa energética, al mismo tiempo que generar electricidad. Un aspecto importante de estos reactores de investigación es la economización de recursos y la disminución de los residuos contaminantes, para lograr esto último se pretende aplicar una técnica mediante la cual, se someterá a los isótopos de deshecho a irradiación con la intención de transmutarlos a especies menos riesgosas.

Actualmente existen proyectos de desarrollo de esta clase de reactores además de Japón, en Sud Corea.

Reactor HTTR



El diseño coreano GIV de 660 MW SMART (sistema integral modular de reactor avanzado) y el diseño internacional IRIS (reactor internacional) liderado por la empresa Westinghouse, consideran el acoplamiento de una planta de producción de hidrógeno, o bien, una planta de desalación de agua, aprovechando la elevada temperatura de su refrigerante.

El Departamento de Energía de Estados Unidos (DOE), a partir de 2004, asignó un incremento de los fondos destinados a la energía nuclear, los cuales se usarán para costear parte de los procesos de licencia y quizá para la construcción de nuevas centrales nucleares en ese país. La propuesta del DOE constituye, indirectamente, un financiamiento de la producción de hidrógeno por medio de reactores nucleares de generación IV al solventar su investigación.

Además, el DOE creó en 2003 la Iniciativa de Hidrógeno Nuclear (IHN) con el fin de investigar la producción, almacenamiento y distribución de hidrógeno para vehículos de transporte y generación de energía eléctrica. Esta iniciativa tiene como meta completar, en el año 2015, el diseño de un sistema de producción de hidrógeno a través de energía nuclear.

CONCLUSIONES

Los reactores nucleares en su origen fueron creados con intención puramente armamentista. El objetivo fue el obtener de manera industrial abundantes cantidades de materiales fisiles que no existen en la naturaleza en cantidades apreciables.

Desde el inicio de la era atómica con el desarrollo del proyecto Manhattan, los científicos probaron diversos diseños de reactores, incluyendo distintas clases de refrigerantes moderadores y combustibles. Podemos decir que prácticamente todos los tipos de reactores conocidos en la actualidad fueron concebidos en ese periodo. Por ello la clasificación de los reactores nucleares según su evolución al cabo del tiempo, no puede ser basada en los principios de su operación básica, sino más bien en las particularidades que les caracterizaron respecto a su eficiencia, seguridad, aplicación, y por supuesto estos factores fueron cambiando paulatinamente.

La aplicación de la tecnología nuclear, tuvo en el principio de la era atómica un importante desarrollo al descubrirse sus ventajas en la producción de isótopos para aplicaciones médicas e industriales. Sin embargo, como consecuencia de los accidentes nucleares ocurridos en las instalaciones de Chernóbil en la ex Unión Soviética, y en la isla de las tres millas en los Estados Unidos, se provocó ante la opinión pública mundial, un estado de

rechazo muy grande hacia el uso de esta tecnología, lo que provocó un estado de decadencia en su desarrollo. Empero, con la situación actual en el mundo respecto a la escasez de energéticos, que cada día se evidencia más, la necesidad de recurrir a fuentes de energía alternativas a los combustibles fósiles, ha orillado a los gobiernos de la mayoría de los países a replantearse la posibilidad de recurrir a la energía nuclear.

Nuevos diseños correspondientes a los reactores de tercera y cuarta generación han ofrecido las condiciones de eficiencia y seguridad que garanticen razonablemente su uso confiable y productivo.

En los años venideros, el uso de los reactores nucleares se vera extendido a todo el orbe como la principal fuente de energía que alimentará las ciudades del mundo.

Referencias

- AREVA. UK EPR. *Generic Design Assessment*. Recuperado el 21 de Septiembre de 2007. de: <http://www.epr-reactor.co.uk/scripts/ssmod/publigen/content/templates/show.asp?P=266&L=EN>
- Barón, J.H. Autoridad Regulatoria Nuclear Argentina, Memoria Técnica (1999). *Cómo detener un accidente con fusión de núcleo (Sin hacer nada)*. Recuperado el 26 de Septiembre de 2007 de: <http://200.0.198.11/MenoriaT/Mt99/MT-17.pdf>
- Centro Informático Científico de Andalucía (s.f.). Centrales Nucleares. Recuperado el 21 de Septiembre de 2007 de : <http://thales.cica.es/rd/Recursos/rd99/ed99-0226-01/capitulo5b.html>
- Ciencia Hoy. (1996). Centrales Nucleares. La Evaluación Probabilística de su Seguridad. *Revista Electrónica de Divulgación Científica y Tecnológica de la Asociación Ciencia Hoy*. Vol. 5 Num. 35. Recuperado el 14 de Septiembre de 2007 de: <http://www.cienciahoy.org.ar/hoy35/centr02.htm>
- Connolly, T. J. (1983). *Fundamentos de Ingeniería Nuclear*. México: Limusa.
- Cordis Noticias (2006). *Amanecer ecológico para la energía nuclear*. Recuperado el 18 de Septiembre de 2007 de: http://cordis.europa.eu/fetch?CALLER=ES_NEWS_INTERVIEW&ACTION=D&DOC=38&CAT=NEWS&QUERY=1189609884626&RCN=25903
- Díaz, B., F. (2003). Cognición situada y estrategias para el aprendizaje significativo. *Revista Electrónica de Investigación Educativa*, 5 (2). Recuperado el 17 de septiembre de 2007 de: <http://redie.ens.uabc.mx/vol5no2/contenido-arceo.html>
- Díaz Rodríguez et. al. (2004). Simposio de la Facultad de Ingeniería de la Unam *Estudio de un Nuevo Concepto de Combustible Nuclear Basado en Torio Para Reactores Nucleares BWR*. Recuperado el 22 de septiembre de 2007. de: http://www.fi-p.unam.mx/simposio_investigacion2dic04/estudio_nuevo.html
- Glasstone, S. & Sesonske, A. (1990). *Ingeniería de Reactores Nucleares*. Barcelona, España: Reverté.
- Instituto Nacional de Investigaciones Nucleares (s.f.). *El Reactor Triga-Mark III*. Recuperado el 18 de Septiembre de 2007 de: <http://omega.inin.mx/Reactor/reactortriga.pdf>

- International Atomic Energy Agency (s.f.). *Reactores Avanzados*. Recuperado el 19 de Septiembre de 2007. de: <http://f40.iaea.org/worldatom/Periodicals/Factsheets/Spanish/spadvrea.html>
- Keepin, G. R. (1965). *Physics of Nuclear Kinetics*. New York, U.S.A.: Addison Wesley.
- Lamarsh, J.R. (1972). *Introduction to Nuclear Reactor Theory*. New York, U.S.A.: Addison Wesley.
- Núñez, A. & Espinosa, G. (2006). *El Hidrógeno y la Industria Nuclear. Reactores Nucleares Avanzados*. CONACYT, CIENCIA Y DESARROLLO. Revista electrónica. Recuperado el 25 de Septiembre de 2007. de: http://www.conacyt.mx/comunicacion/revista/201/Articulos/elhidrogenoylaindustria_nuclear/elhidrogylaindnucl03.htm
- Price, W. J. (1964). *Nuclear Radiation Detection*. New York, U.S.A.: McGraw-Hill.
- Shapiro, J. (1972). *Radiation Protection*. Cambridge, Mass., U.S.A.: Harvard University Press.
- Tsokos, K.A. (2001). *Physics. For the IB Diploma*. Cambridge, New York: Cambridge, University Press.
- Universidad Politécnica de Madrid. Departamento de Energía Nuclear (1996). *Diseño de la Central Chernobil-4*. Recuperado el 23 de septiembre de 2007 de: <http://www.din.upm.es/trabajos/chno/disenio.html>
- U.S. Nuclear Regulatory Commission (2007). *Power Reactors*. Recuperado el 4 de Septiembre de 2007 de: <http://www.nrc.gov/reactors/power.html>
- World Nuclear Asociación (2006). *Fast Neutron Reactors*. Recuperado el 27 de agosto de 2007 de <http://www.world-nuclear.org/info/inf98.html>